基于不同评价核数据库的空间堆临界基准检验研究

陈相[1] 马续波[1] 傅联涛[1] 马旭东[1]

（1. 华北电力大学 核科学与工程学院 北京 102206）

摘要：为提高空间堆中子学模拟的可靠性，基于国际临界安全手册中关于空间堆的临界基准实验（HMF005 基准实验），采用蒙特卡罗程序对 HMF005 基准实验中堆芯排布进行建模，结合不同评价核数据库，计算 6 种堆芯排布下的 k_{eff} 计算值与实验值的偏差，并对计算值与实验值的比值的平均值、标准偏差、χ^2 和均方根误差等进行深入分析。研究发现，ENDF/B-VII.1、CENDL-3.2、ENDF/B-VIII.0 和 JEFF-3.3 四种评价核数据库计算堆芯 k_{eff} 结果与实验值偏差处于三倍不确定度之内，其中 ENDF/B-Ⅶ.1 计算结果最接近实验值，CENDL-3.2 与实验偏差稍大。CENDL-3.2 库计算结果与实验值偏差稍大主要是由于评价库中的钼和铍核素导致，钼的同位素中 ^{92}Mo 的影响最大。同时还进行敏感性分析，^{92}Mo 和 ^{9}Be 的总反应敏感性系数主要跟弹性散射敏感性系数相关，CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 中 ^{9}Be 的辐射俘获敏感性差异较大，两者偏差可达 34.9%。

关键词：临界计算；有效增殖系数；评价核数据库；蒙特卡罗模拟

中图分类号：TL375.5 **文献标志码**：**A** **doi:**

引言

随着世界航天探索技术的发展，目前，基于太阳能、化学能的空间电源技术能力已经接近极限水平,随着空间活动不断深入,常规能源将难以满足深空探测和特殊任务的发展要求；而核能因其具有功率覆盖范围广、能量密度高、受环境影响小、寿命长等特点，在空间探索中具有广泛的应用前景。目前，美国、俄罗斯和欧盟等国家都把空间核动力技术视为国家前沿核心技术，并积极围绕空间应用和空间资源开发进行战略部署[1-2]。由于利用数字反应堆技术可以缩短反应堆研发周期和降低研发成本，目前各国都在利用数字反应堆技术进行空间堆设计，评价核数据库中数据的精度则直接影响空间反应堆设计精度，因此，开展评价核数据库应用于空间核反应堆设计精度的评估对新型空间堆的设计具有重要意义。虽然国内外对空间堆有大量研究，比如前苏联在 60 年代陆续研制出 TOPAZ-I 和 TOPAZ-II 等型号的空间

---

[1] 收稿日期：2023-12-29 修改日期：2024-3-7

基金资助：国家自然科学基金项目（11875128）

第一作者：陈相（1999－），男，土家族，重庆石柱人，硕士。研究方向：核能科学与工程。E-mial:120222212004@ncepu.edu.cn

通讯作者：马续波 maxb@ncepu.edu.cn

核反应堆[3]，美国在 2018 年完成千瓦级空间堆 Kilopower 反应堆的测试[4]，中国原子能院提出 SPACE-R 空间堆[5]，清华大学 REAL 团队开发的 ACMIR 型空间堆[6]，北京航天器环境工程研究所可靠性与环境科学技术实验室研发的 ACMIR 型空间堆[7]，南京航空航天大学的李婷等人提出的熔盐冷却空间堆概念[8]等。除了之前的实验研究，目前很多的概念设计大多直接使用评价核数据库进行空间堆反应堆物理计算，很少对评价核数据库在空间堆设计中的可靠性进行评价。因此开展空间堆核数据宏观检验研究对空间反应堆的设计非常重要。临界基准实验通常被用于评价物理计算模型、设计方法以及所用的核数据库的准确性；基于实验精确测量反应堆的 k_{eff} 可实现对堆芯关键材料核数据的宏观基准检验[9]。为了对空间堆反应堆物理计算使用的评价核数据库进行临界验证，本文通过选取国际临界安全手册（ICSBEP）中 HMF005 基准题[10]，采用 MCNP 程序以及不同评价核数据库，计算出与实验对应的堆芯 k_{eff}，开展空间堆相关的核数据入堆宏观检验，通过分析不同核数据库 k_{eff} 计算值与实验值差值的大小，检验目前评价核数据库的可靠性。利用了 MCNP 程序计算钼和铍的敏感性系数和不同堆芯模型下的中子通量密度。MCNP 使用了伴随加权的线性扰动理论计算敏感性系数。

1 临界基准实验

HMF005系列实验为1987年俄罗斯奥布宁斯克物理和动力工程研究所进行的临界实验。实验按照堆芯材料排布不同，可以分为六种堆芯。六种反应堆堆芯都采用高浓缩铀金属作为燃料，由于钼合金具有高反射率、耐高温、耐腐蚀等优点，部分反应堆设计采用金属钼反射层。除了钼，部分反应堆设计也采用铍作为反射层。以上反应堆设计也为检验钼和铍的评价中子截面数据提供很好的实验数据。HMF005 系列基准题包括六个实验，本文使用蒙特卡罗程序对六个实验模型进行精细化建模。表 1 中给出组成实验中用到各类棒束的基本组成材料以及每种材料的原子密度，实验中共涉及到 5 种材料，分别是铀块、反射层（底部和顶部）、钼棒、铍棒、和空管。这些材料再组成 U3 棒、U6 棒、U8 棒、U11 棒、钼棒、铍棒、和空管等不同类型的燃料或者其它棒。基准实验通过排布和组装燃料棒、反射层棒和空管组建成六个堆芯实验模型，具体堆芯排布和堆芯组成如下图 1-图 6 所示，尺寸单位为厘米。

表 1 各区域材料原子密度(1/barn·cm)

核素	铀块	顶部和低部反射层	钼棒	铍棒	空管
^{234}U	3.3109×10^{-4}	-	-	-	-
^{235}U	3.2968×10^{-2}	-	-	-	-
^{236}U	1.4590×10^{-4}	-	-	-	-
^{238}U	3.1467×10^{-3}	-	-	-	-

Molybdenum	3.0875×10^{-3}	5.3547×10^{-2}	5.3547×10^{-2}	-	-
Beryllium	-	-	-	1.0962×10^{-1}	-
Iron	3.2912×10^{-3}	3.2273×10^{-3}	5.3293×10^{-3}	5.3293×10^{-3}	3.2273×10^{-3}
Chromium	8.4596×10^{-4}	8.4596×10^{-4}	1.3969×10^{-3}	1.3969×10^{-3}	8.4596×10^{-4}
Nickel	4.5748×10^{-4}	4.5748×10^{-4}	7.5543×10^{-4}	7.5543×10^{-4}	4.5748×10^{-4}
Manganese	5.6121×10^{-5}	5.6121×10^{-5}	9.2673×10^{-5}	9.2673×10^{-5}	5.6121×10^{-5}
Silicon	4.5741×10^{-5}	4.5741×10^{-5}	7.5532×10^{-5}	7.5532×10^{-5}	4.5741×10^{-5}
Titanium	2.5489×10^{-5}	2.5489×10^{-5}	4.2090×10^{-5}	4.2090×10^{-5}	2.5489×10^{-5}
Carbon	1.0624×10^{-3}	2.2461×10^{-5}	3.7090×10^{-5}	3.7090×10^{-5}	2.2461×10^{-5}
Aluminum	3.0863×10^{-3}	-	-	-	-

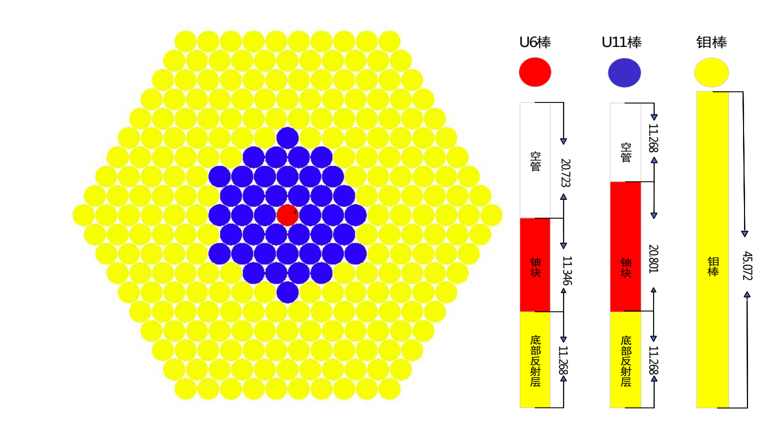


图 1 HMF005_01 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

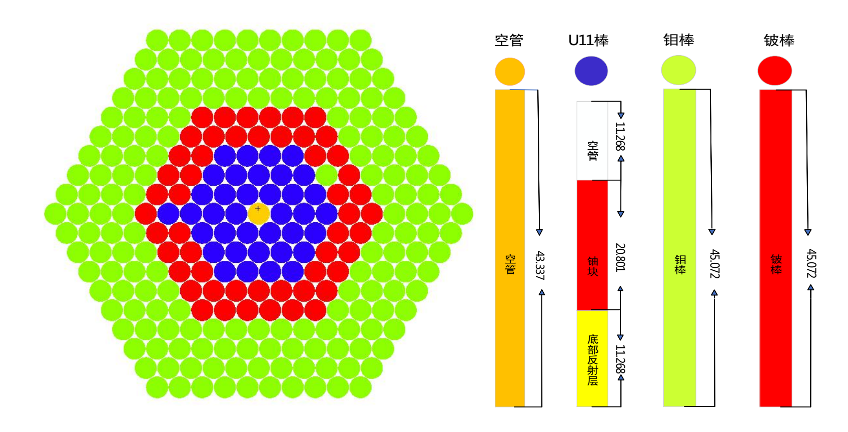


图 2 HMF005_02 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

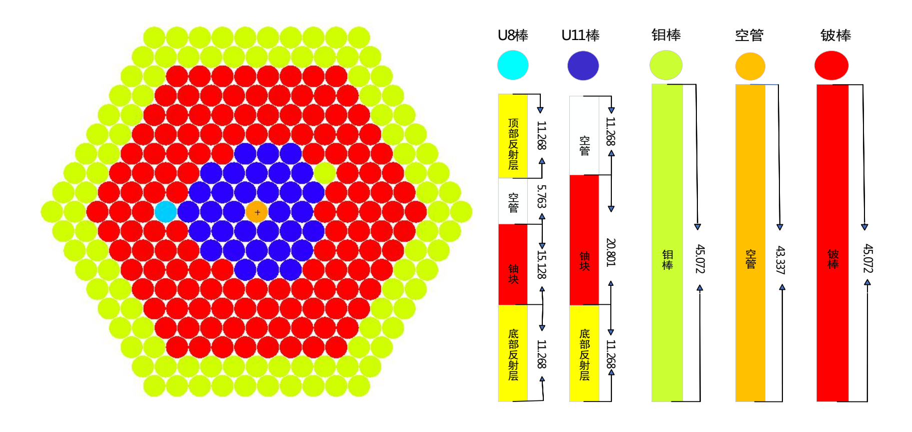


图 3　HMF005_03 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

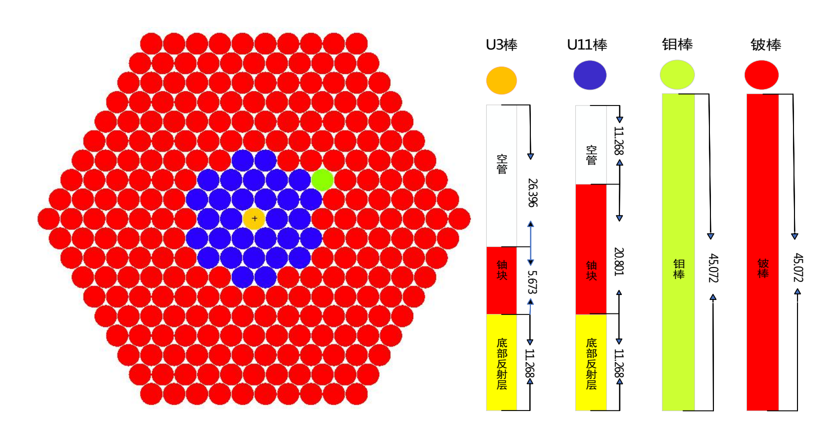


图 4 HMF005_04 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

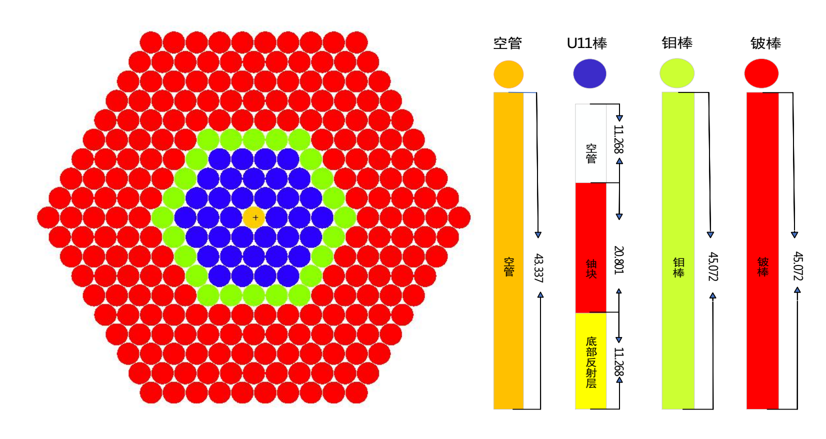


图 5 HMF005_05 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

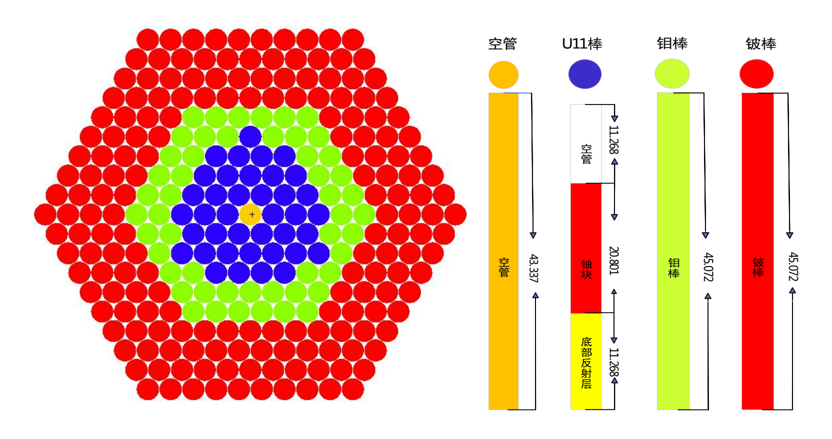


图 6 HMF005_06 堆芯排布（左）和堆芯组成（右）

2 分析方法

本文首先基于评价核数据库 ENDF/B-Ⅶ.1[11]、CENDL-3.2[12]、ENDF/B-Ⅷ.0[13]和 JEFF-3.3[14] 利用评价核数据库处理软件 NJOY2016 制作了 MCNP 程序使用的连续点截面数据库，再使用 MCNP 程序对有效增殖系数 k_{eff} 以及相关核素的敏感性系数进行计算。

评价参数选用计算值与实验值的比值的平均值以及其标准偏差，计算公式如下：

$$<C/E>=\frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}C_i/E_i \tag{1}$$

$$\Delta(C/E)=\sqrt{\frac{1}{n-1}\sum_{i=1}^{n}(C_i/E_i-<C/E>)^2} \tag{2}$$

其中，C_i和E_i 分别代表对应实验 i 的 k_{eff}计算值和实验值。同时，χ^2和均方根误差（RMSE）也用于评估计算结果和实验结果之间的一致性，具体表示如下：

$$\chi^2=\frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}(\frac{C_i-E_i}{\Delta E_i})^2 \tag{3}$$

$$RMSE=\sqrt{\frac{1}{n}\sum_{i=1}^{n}(C_i-E_i)^2} \tag{4}$$

$$\Delta E_i=C_i-E_i \tag{5}$$

其中 ΔE_i 表示计算值与实验值的偏差。基准实验是在 300K 温度下进行，故本文使用 MCNP 模拟计算时设置的温度为 300K。在临界计算中，设置每代 10000 个粒子，总代数为 1100 代，非活跃代为 100 代。

3 计算结果分析

3.1 有效增殖系数

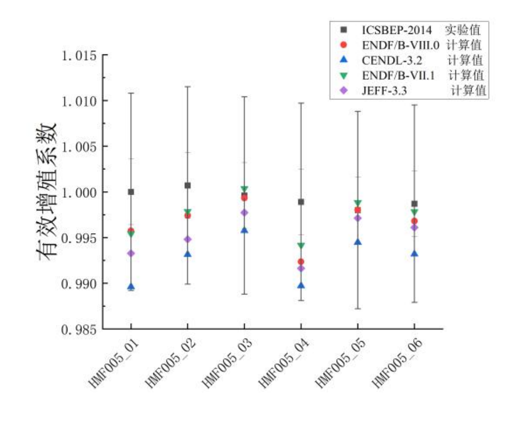


图 7 基于不同评价核数据库计算值与实验值对比

表 2 HMF005 基准题计算结果的χ^2，RMSE，<C/E>-1 以及 Δ(C/E)

	ENDF/B-Ⅶ.1	CENDL-3.2	ENDF/B-Ⅷ.0	JEFF-3.3
χ^2	0.686553498	3.945609568	0.972362397	1.850668724
RMSE	298.290686	715.0881065	354.9903755	489.7414284
⟨C/E⟩-1	-0.001903728	-0.006670100	-0.002709571	-0.004204959
Δ(C/E)	0.002517317	0.005940129	0.002666283	0.002753523

图 7 给出基于不同评价核数据库采用 MCNP 程序对六个实验计算的 k_{eff} 结果，其中基准题实验结果的不确定度为 360 pcm，六个基准题蒙卡计算结果的统计误差最大不超过 21 pcm。由图 7 可见，部分评价核数据库的计算结果在 1 倍置信区间之内，所有计算结果都处于 3 倍置信区间之内。根据第二节中的分析方法，将采用不同评价核数据库计算得到的 6 个堆芯的 k_{eff} 结果与基准题实验值进行处理，结果如表 2 所示。由表 2 可见，采用 ENDF/B-Ⅶ.1 库和 ENDF/B-Ⅷ.0 库的计算结果与实验值结果符合较好，但基于 CENDL-3.2 评价核数据库的结果明显与其它三个库结果均有较大差别，均方根误差（RMSE）大约是 ENDF/B-VIII.0 计算结果的 2 倍。由于基准实验中大量采用钼和铍核素做反射材料，上述差异可能是由于反射层材料评价核数据的不同导致。为研究 CENDL-3.2 库结果偏差较大的原因，将基准实验中 6 种堆芯排布的反射材料全部去掉，再使用 CENDL-3.2 库和 ENDF/B-Ⅶ.1 库进行 k_{eff} 计算，具体实验结果如表 3 所示。由表 3 可见，去掉反射棒以后，CENDL-3.2 库与 ENDF/B-Ⅶ.1 库的计算吻合非常好，由此可以推断，CENDL-3.2 库与其它评价核数据库的偏差主要自于反射层材料钼棒和铍棒评价核数据的不同。

表 3 HMF005 基准题无反射层 CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 库 k_{eff} 计算结果

	01 模型	02 模型	03 模型	04 模型	05 模型	06 模型
CENDL-3.2	0.73984	0.69527	0.66558	0.64135	0.69282	0.71136
ENDF/B-Ⅶ.1	0.73966	0.69557	0.66535	0.64153	0.69564	0.71098
k_{eff} 偏差/pcm	-18	30	-23	18	-18	-38

在 HMF005_04 中仅有 1 根钼反射棒，可视 HMF005_04 为全铍棒反射。考虑到 HMF005_01（全钼棒反射）和 HMF005_04（全铍棒反射）的特殊性，因此对这两个基准实验进行深入研究。以 CEDNL-3.2 计算结果为基础，用 ENDF/B-Ⅶ.1 库中的钼和铍替换掉 CENDL-3.2 库中的钼和铍数据，然后进行 HMF005_01 基准题和 HMF005_04 基准题计算，计算结果与实验值的偏差对比结果如表 4 所示。由表 4 可见，将 HMF005_01 中的钼核素和 HMF005_04 中的铍核素分别替换为 ENDF/B-Ⅶ.1 库来源后，使用 CENDL-3.2 库计算的 k_{eff} 与实验值的偏差明显偏小，k_{eff} 分别改进 643 pcm 和 402 pcm。通过控制单一变量的原则，对 HMF005_01 中钼核素的天然同位素分别进行核数据库的替换来研究钼各同位素对 k_{eff} 带来的影响，计算结果图 8 所示。由图 8 可见，对于 HMF005_01 基准题，钼的同位素中，^{92}Mo 的影响最大，为 301 pcm；^{100}Mo 的影响最小，其它同位素大约有 100 pcm 的影响。

表 4 计算值与实验值 k_{eff} 的偏差(C-E)对比分析（单位：1.0×10^{-5}）

评级核数据库	ENDF/B-Ⅶ.1	CENDL-3.2	CENDL-3.2(反射层中的钼核数据（HMF005_01）或者铍数据（HMF005_04）采用 ENDF/B-Ⅶ.1 中的相应数据替换)
HMF005_01	457	1038	395

HMF005_04	473	919	517

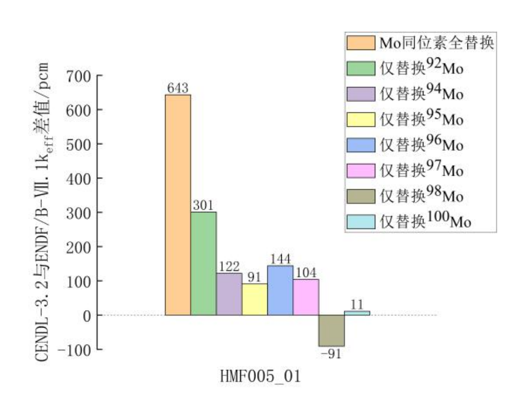


图 8 HMF005_01Mo 各同位素引起的 CENDL-3.2 与 ENDF/B-Ⅶ.1k_{eff}差值

3.2 敏感性系数分析

针对 HMF005_01 和 HMF005_04 数据库替换后带来 k_{eff} 的差异，对 ^{92}Mo 和 ^{9}Be 在 ENDF/B-Ⅶ.1 库和 CENDL-3.2 库的总反应、弹性散射、总吸收和辐射俘获反应敏感性系数进行研究。HMF005_01 中 ^{92}Mo 四种反应下的总敏感性系数如表 5 所示，对比发现 CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 中 ^{92}Mo 的总反应敏感性系数和总吸收截面的总敏感性系数差异都在 1%以内，弹性散射系数和辐射俘获的总敏感性系数偏差达到 7%。从图 9-图 12 可知，^{92}Mo 总反应敏感性系数主要由弹性散射敏感性系数决定，^{92}Mo 核素辐射俘获和吸收截面的敏感性系数较小，在中高能区（中子能量大于 10^{4} eV），^{92}Mo 在 ENDF/B-Ⅶ.1 和 CENDL-3.2 敏感性系数有显著差异，这可能导致 k_{eff} 差值较大的原因。

表 5 CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 ^{92}Mo 四种反应道总的敏感性系数

评价核数据库	总反应敏感性系数	弹性散射敏感性系数	吸收敏感性系数	辐射俘获敏感性系数
CENDL-3.2	3.418×10^{-2}	3.203×10^{-2}	-1.581×10^{-3}	-1.506×10^{-3}
ENDF/B-Ⅶ.1	3.421×10^{-2}	3.237×10^{-2}	-1.690×10^{-3}	-1.612×10^{-3}
相对误差	0.109%	1.04%	6.48%	6.57%

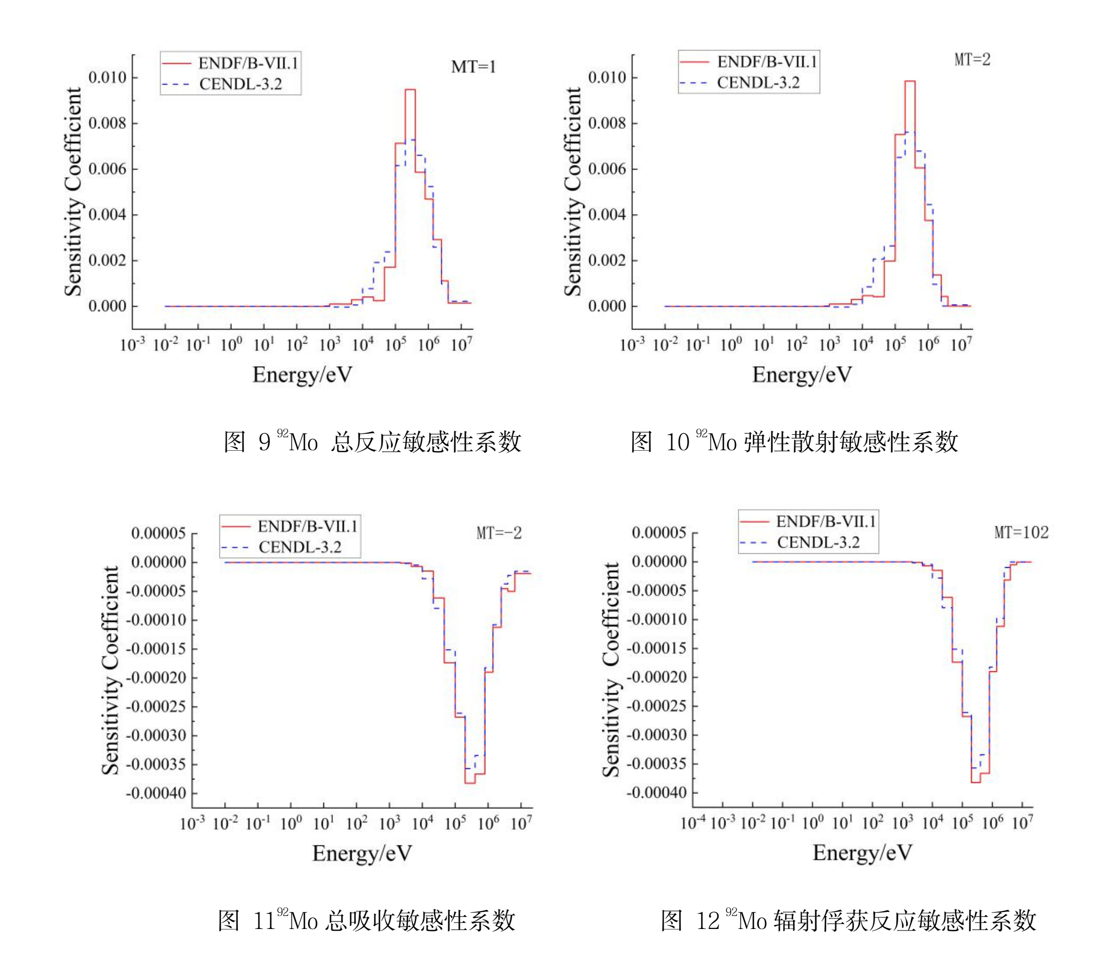


图 9 ^{92}Mo 总反应敏感性系数　　图 10 ^{92}Mo 弹性散射敏感性系数

图 11 ^{92}Mo 总吸收敏感性系数　　图 12 ^{92}Mo 辐射俘获反应敏感性系数

HMF005_04 中 ^{9}Be 在四种反应下的敏感性系数如表 6 所示，对比发现 CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 中 ^{9}Be 的总敏感性系数、弹性散射系数和总吸收系数差异都在 2%以内，但辐射俘获敏感性系数差别较大；图 13-图 16 分别给出了总反应截面、弹性散射截面、吸收截面和辐射俘获截面的敏感性系数分布。由图 13-图 16 可见，^{9}Be 的总反应敏感性系数主要跟弹性散射敏感性系数相关。CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 中 ^{9}Be 的辐射俘获敏感性差异较大，两者偏差可达 34.9%。虽然两个评价核数据库 ^{9}Be 的辐射俘获敏感性差异较大，但由于辐射俘获反应道的敏感性系数较小，占吸收截面的敏感性系数较小，因此，吸收截面的敏感性系数差别不大。

表 6 CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 ^{9}Be 四种反应的总的敏感性系数

评价核数据库	总反应敏感性系数	弹性散射敏感性系数	吸收敏感性系数	辐射俘获敏感性系数
CENDL-3.2	0.2878	0.267	-4.927×10^{-3}	-2.644×10^{-4}
ENDF/B-Ⅶ.1	0.293	0.272	-4.840×10^{-3}	-1.960×10^{-4}
相对误差	1.80%	1.61%	1.81%	34.9%

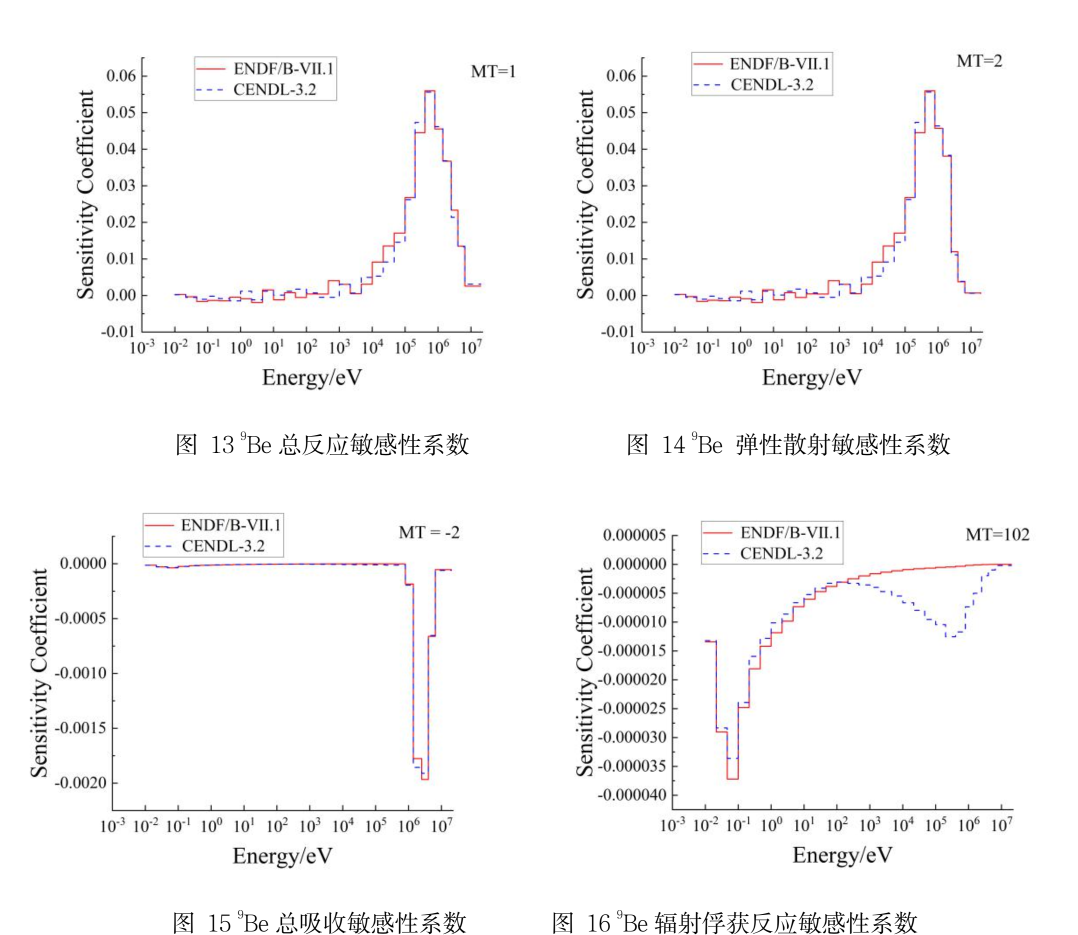


图 13 ^{9}Be 总反应敏感性系数　　图 14 ^{9}Be 弹性散射敏感性系数

图 15 ^{9}Be 总吸收敏感性系数　　图 16 ^{9}Be 辐射俘获反应敏感性系数

3.3 归一化中子通量密度

基于不同评价核数据库对六个基准实验进行全堆芯的中子通量密度计算，计算结果如下图 17-图 22 所示。中子通量密度采用 30 群能群结构，具体的能群结构可以参考[10]。由图 17-图 22 可见，基于不同评价核数据库 ENDF/B-Ⅶ.1、CENDL-3.2、ENDF/B-Ⅷ.0 和 JEFF-3.3 计算的六种堆芯下的归一化中子通量密度趋势一致，差别较小。由 HMF005_02 基准实验到 HMF005_06 基准实验可以明显看出反射层 Be 对中子的慢化作用，而模型 1 相对于其它基准模型，中子能谱更硬。

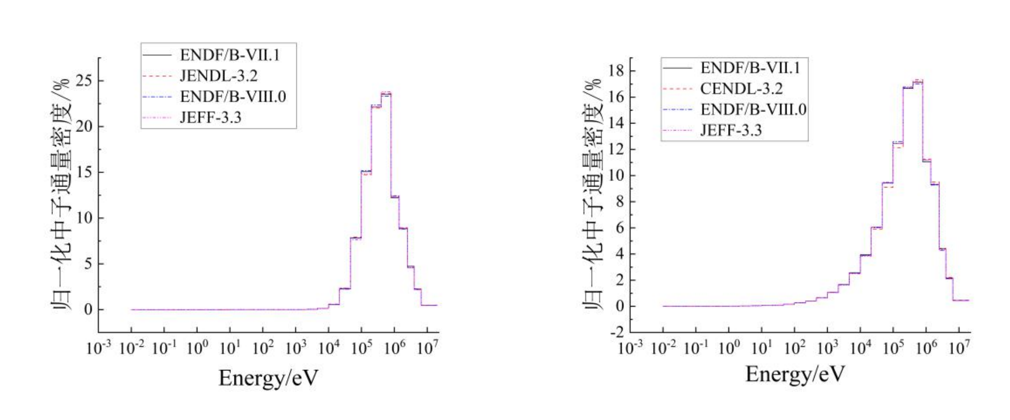
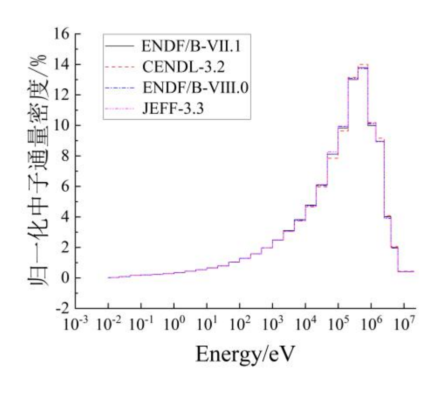


图 17 HMF005_01 归一化中子通量密度　图 18 HMF005_02 归一化中子通量密度



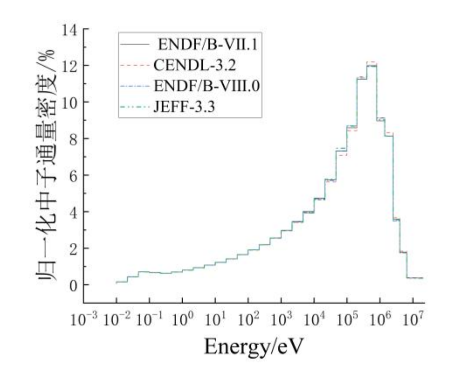
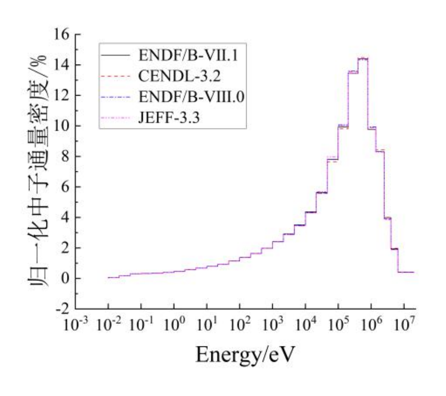


图 19 HMF005_03 归一化中子通量密度　　图 20 HMF005_04 归一化中子通量密度



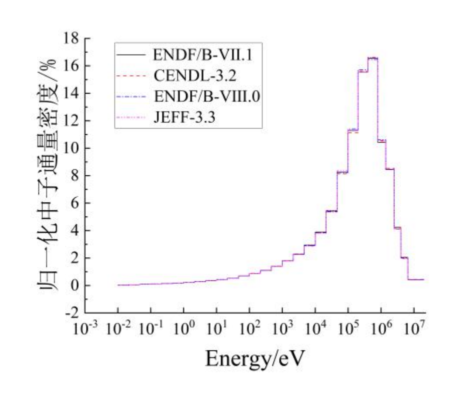


图 21 HMF005_05 归一化中子通量密度　　图 22 HMF005_06 归一化中子通量密度

4 结论

基于国际临界安全基准手册基准题（HMF005 实验），开展了空间反应堆评价核数据的宏观检验研究。利用 MCNP 程序和四种评价核数据库（ENDF/B-Ⅶ.1、CENDL-3.2、ENDF/B-Ⅷ.0 和 JEFF-3.3）计算了六种堆芯排布空间反应堆基准实验的 k_{eff}。主要结论为：（1）基准题的实验值与蒙卡程序结果显示，蒙卡计算结果与实验结果偏差均处于三倍标准偏差之内。其中 ENDF/B-Ⅶ.1 库与实验值吻合最好，CENDL-3.2 库与实验值相差偏大；（2）CENDL-3.2 库计算结果与实验值偏差较大主要来自于反射层材料钼和铍核数据。如果采用 ENDF/B-Ⅶ.1 中钼和铍的核数据替换基于 CENDL-3.2 评价库的连续点截面数据，HMF005_01（全钼棒反射）和 HMF005_04（全铍棒反射）的 k_{eff} 分别可以改进 643 pcm 和 402 pcm。对钼的天然同位素单独研究后，发现在 CENDL-3.2 库和 ENDF/B-Ⅶ.1 库中核素 ^{92}Mo 的改变引起的 k_{eff} 变化最大；（3）通过对 ENDF/B-Ⅶ.1 和 CENDL-3.2 中 ^{92}Mo 和 ^{9}Be 的敏感性系数进行研究，发现 ^{92}Mo 和 ^{9}Be 的总反应敏感性系数主要跟弹性散射敏感性系数相关，CENDL-3.2 和 ENDF/B-Ⅶ.1 中 ^{9}Be 的辐射俘获敏感性差异较大，两者偏差可达 34.9%。从六个基准实验的中子能谱可见，^{9}Be 对中子的慢化效果明显。

参考文献

[1] HU Jian, SU Jiqiang, LI Yanrui, et al. Industry and Technology Forum,2022,21(6):33-35(in Chinese).

DOI:10.3969/j.issn.1673-5641.2022.06.013.

(胡健,宿吉强,李言瑞,等. 产业与科技论坛,2022,21(6):33-35. DOI:10.3969/j.issn.1673-5641.2022.06.013.)

[2] ZHOU Biao, JI Yu, SUN Jun, et al. Atomic Energy Science and Technology,2020,54(10):1912-1923(in Chinese).

DOI:10.7538/yzk.2019.youxian.0736

(周彪,吉宇,孙俊,等. 原子能科学技术,2020,54(10):1912-1923. DOI:10.7538/yzk.2019.youxian.0736.)

[3] Susan S. Voss. Nuclear Technology,2022,206:8,1097-1108.

[4] ZHANG Yan,WU Haosong,WANG Shu. National Defense Science and Technology Industry,2018(7):65-66(in Chinese).

(张焰,伍浩松,王树.国防科技工业,2018(7):65-66.)

[5] LIU Lili, SUN Zheng, FU Ziming. Atomic Energy Science and Technology,2015(9):1624-1628(in Chinese).

DOI:10.7538/yzk.2015.49.09.1624.

(刘黎丽,孙征,付子明. 原子能科学技术,2015(9):1624-1628. DOI:10.7538/yzk.2015.49.09.1624.)

[6] Zeguang Li, Jun Sun, MaLin, et al.Nuclear engineering and design,2020,361(May):110569.1-110569.12.

DOI:10.1016/j.nucengdes.2020.110569.

[7] Jian Li, Qiu Zhou, Jian Mou, et al.Annals of nuclear energy,2020,142(Jul.):107382.1-107382.8. DOI:10.1016/j.anucene.2020.107382.

[8] LI Ting, ZHUANG Kun, SHANG Wen, et al. Nuclear Techniques,2020,43(8):34-42(in Chinese).

DOI:10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.080006.

(李婷,庄坤,尚文,等. 核技术,2020,43(8):34-42. DOI:10.11889/j.0253-3219.2020.hjs.43.080006.)

[9] JIANG Wei, ZHANG Lu, YU Rui, et al.Atomic Energy Science and Technology,2022,56(5):961-968(in Chinese).

DOI:10.7538/yzk.2022.youxian.0173.

(姜韦,张璐,于锐,等.原子能科学技术,2022,56(5):961-968. DOI:10.7538/yzk.2022.youxian.0173.)

[10] Anatoli Tsiboulia，Oleg A. Elovsky.NEA/NSC/DOC/(95)03/II,1987.

[11] Chadwick M B, Herman M, Oblo Insky P, et al. Nuclear Data Sheets, 2011, 112(12): 2887−2996.

[12] Zhigang Ge, Ruirui Xu, Haicheng Wu, et al. EPJ Web of Conferences, 2020, 239 : 09001-.

[13] Brown D A, Chadwick M B, Capote R, et al. Nuclear Data Sheets, 2018, 148: 1-142.

[14] A.J.M. Plompen, O. Cabellos, C. De Saint Jean, et al. Eur. Phys. J. A. 56 (2020) 181,

https://doi.org/10.1140/epja/s10050-020-00141-9.

Study on criticality benchmark testing in spatial reactors based on different evaluated nuclear databases

Chen Xiang[1] Ma Xubo[1] Fu Liantao[1] Ma Xudong[1]

(1.North China Electric Power University, School of Nuclear Science and Engineering, Beijing 102206)

Abstract： In order to improve the reliability of neutronics simulation for space reactors, based on the criticality benchmark experiment for space reactors in the International Criticality Safety Handbook (HMF005 benchmark experiment), the Monte Carlo program is used to model the core arrangement in the HMF005 benchmark experiment, and the deviation of the k_{eff} calculated values from the experimental values under six core arrangements is calculated by combining the different evaluated nuclear databases and the ratios between the calculated and experimental values are analyzed in depth. mean, standard deviation, χ^2 and root mean square error are analyzed in depth. It is found that the deviation of the core k_{eff} results from the experimental values calculated by the four types of evaluation nuclear databases, ENDF/B-VII.1, CENDL-3.2, ENDF/B-VIII.0 and JEFF-3.3, is within the triple uncertainty, with the calculated results of ENDF/B-VII.1 being the closest to the experimental values, and the deviation of CENDL-3.2 from the experiments being a little bit larger.The deviation of the calculated results from the experimental values of the CENDL-3.2 library is also shown in the table below. CENDL-3.2 library calculations deviate slightly from the experimental values mainly due to the molybdenum and beryllium nuclides in the evaluation library, and the isotope of molybdenum has the largest effect of ^{92}Mo. Sensitivity analysis was also carried out, and the total reaction sensitivity coefficients of ^{92}Mo and ^{9}Be were mainly related to the elastic scattering sensitivity coefficient, and the difference in radiation capture sensitivity between CENDL-3.2 and ^{9}Be in ENDF/B-VII.1 was large, and the deviation between the two could be up to 34.9%.

Key words： critical calculations; effective multiplication factor; evaluation of the nuclear database; Monte Carlo simulation

---

[1] **Received**: 2023-12-29 **Modified:** 2024-3-7

Foundation item: The National Natural Science Foundation of China (11875128)

First author: Chen Xiang (1999-), Male, Tujia Family, From Shizhu, Chongqing, Master's Degree. Research Interests:Nuclear Energy Science and Engineering. E-mial:120222212004@ncepu.edu.cn

Corresponding author: Ma Xubo maxb@ncepu.edu.cn